

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-3-37-49>

УДК 621.039.74

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТРАНСПОРТИРОВКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИВГ.1М

**Г. А. Витюк, Н. Е. Мухамедов, В. А. Витюк, Р. А. Иркимбеков,
О. М. Жанболатов, А. А. Куздеубай*, А. К. Мухамедиев**

Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

** E-mail для контактов: kuzdeubay@nnc.kz*

В рамках реализации проекта конверсии исследовательских реакторов Национальным ядерным центром Республики Казахстан прорабатывается вопрос дальнейшего обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), выгружаемым из реактора ИВГ.1М. Одним из ответственных этапов является транспортировка отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) к месту хранения или переработки, которая должна соответствовать «Правилам транспортировки радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», утвержденных приказом Министра энергетики Республики Казахстан.

В данной работе определены безопасные параметры ОТВС, выгруженных из активной зоны реактора ИВГ.1М, для обеспечения безопасной транспортировки ОЯТ до пункта их хранения или переработки. Проведены нейтронно-физические расчеты в обоснование ядерной безопасности при хранении ОТВС ИВГ.1М в универсальном чехле для транспортного упаковочного комплекта (ТУК-19) в штатных условиях и при возникновении аварийной ситуации, вызванной полным затоплением чехла. Определено тепловое состояние ОТВС с учетом данных о снижении остаточного тепловыделения. Выполнена оценка теплового и радиационного состояния внешней поверхности ТУК-19 с ОТВС. Полученный при обращении с ОЯТ исследовательского реактора опыт будет востребован при выработке рекомендаций по обращению с ОЯТ энергетических реакторов будущих казахстанских АЭС.

Ключевые слова: реактор ИВГ.1М, отработавшее ядерное топливо, транспортировка, универсальный чехол, ядерная безопасность, тепловой поток.

ВВЕДЕНИЕ

В 2022 году, после проведения большого комплекса расчетно-экспериментальных исследований и подготовительных мероприятий [1–4] в Национальном ядерном центре Республики Казахстан завершена конверсия реактора ИВГ.1М. В результате конверсии ОЯТ было выгружено из реактора, осуществляется подготовка к размещению его на длительное хранение.

Обеспечение безопасной транспортировки ОЯТ к пункту длительного хранения или к пункту переработки является критически важной задачей, поскольку она связана с высокими рисками для безопасности людей и окружающей среды. Для успешной и безопасной транспортировки ОЯТ необходимо соблюдать строгие правила и стандарты, направленные на предотвращение радиационных аварий и утечек.

В данной работе предлагается рассмотреть подход к обращению с ОЯТ исследовательского реактора ИВГ.1М и определить его параметры для обеспечения безопасной транспортировки ядерных материалов до пункта их переработки.

СХЕМА ТРАНСПОРТНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОПЕРАЦИЙ С ОТВС РЕАКТОРА ИВГ.1М

Транспортно-технологические операции с отработанными тепловыделяющими сборками реактора ИВГ.1М состоят из комплекса технологических мероприятий по выгрузке, транспортировке, времен-

ному хранению, разделке и загрузке ОТВС в ТУК-19 для дальнейшей транспортировки (рисунок 1).

Обобщенная процедура обращения с ОЯТ реактора ИВГ.1М состоит из нескольких этапов:

- после останова реактора ИВГ.1М, осуществляется выдержка водоохлаждаемых технологических каналов (ВОТК) в активной зоне реактора с целью снижения активности топливных стержней после их облучения. Выдержка должна составлять не менее 30 суток;

- далее ВОТК с отработавшим ядерным топливом выгружаются из активной зоны реактора ИВГ.1М и помещаются в промежуточное хранилище, находящееся на территории реакторного комплекса;

- в промежуточном хранилище ВОТК могут находиться сроком до одного года или быть перегружены в течение короткого срока в радиационно-защитную камеру (РЗК) для их разделки и извлечения ядерных материалов (ЯМ);

- в РЗК также проводится загрузка ОТВС в герметичные пеналы, которые, в свою очередь, помещаются в универсальный чехол;

- универсальный чехол с ОТВС, при наличии ТУК-19, из РЗК направляется в помещении досборки технологических каналов, в ином случае, универсальный чехол с ОТВС временно перемещается из РЗК назад в промежуточное хранилище;



Рисунок 1. Схема транспортно-технологических операций с ОТВС

— в помещении досборки технологических каналов происходит перегрузка универсальных чехлов в транспортный упаковочный комплект.

Дальнейшая транспортировка ОТВС должна соответствовать «Правилам транспортировки радиоактивных веществ и радиоактивных отходов» [5], утвержденных приказом Министра энергетики Республики Казахстан.

ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЯ

ТВС реактора ИВГ.1М

Тепловыделяющие сборки (ТВС) реактора ИВГ.1М – это элементы, в которых размещены топливные стержни, содержащие ядерное топливо, предназначенные для работы в исследовательском реакторе ИВГ.1М. Реактор ИВГ.1М является исследовательским ядерным реактором с тепловыми нейтронами, который используется для научных исследований, облучения и испытания материалов.

Активная зона реактора ИВГ.1М сформирована из тридцати ВОРК, содержащих в себе тепловыделяющие сборки. ТВС (рисунок 2а), в свою очередь, состоит из тонкостенной обечайки, пронизываемых решеток, расположенных на торцах ТВС, и спиральных твэлов (рисунок 2б) в количестве 468 шт., уплотненных с помощью цилиндрических заполнителей. ВОРК с ТВС устанавливаются в реакторе ИВГ.1М в три ряда. Высота ТВС первого и второго рядов равна 800 мм, третьего – 600 мм. Подробное описание реактора ИВГ.1М и характеристики топлива, загружаемого в него, описаны в работе [2].

Комплект для транспортировки ОТВС реактора ИВГ.1М

В соответствии с законодательством Республики Казахстан транспортировка ОЯТ осуществляется в транспортных упаковочных комплектах, конструкция которых утверждается уполномоченным органом или действием сертификатов-разрешений на них, утвержденных уполномоченными органами других стран, действие которых распространено на территорию РК [5].

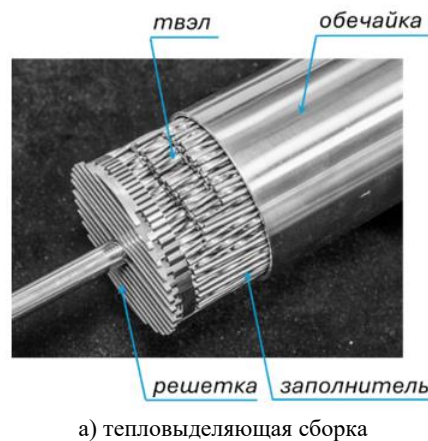


Рисунок 2. Топливо реактора ИВГ.1М

ТУК-19, имеющий массу 5 т и относящийся к типу В(У), спроектирован специально для перевозки топлива исследовательских реакторов и представляет собой, изготовленный из коррозионностойкой стали 08Х18Н10Т, толстостенный цилиндрический сосуд с крышкой, герметизируемой двумя уплотнительными прокладками. Корпус имеет диаметр 86 см и высоту 217 см. Конструктивная схема и общий вид ТУК-19 представлены на рисунке 3.

В ТУК-19 возможно размещение трех ОТВС реактора ИВГ.1М. Для этого был разработан универсальный чехол (рисунок 4), вмещающий в себя пены (рисунок 5) для хранения и транспортировки ОЯТ реактора ИВГ.1М.

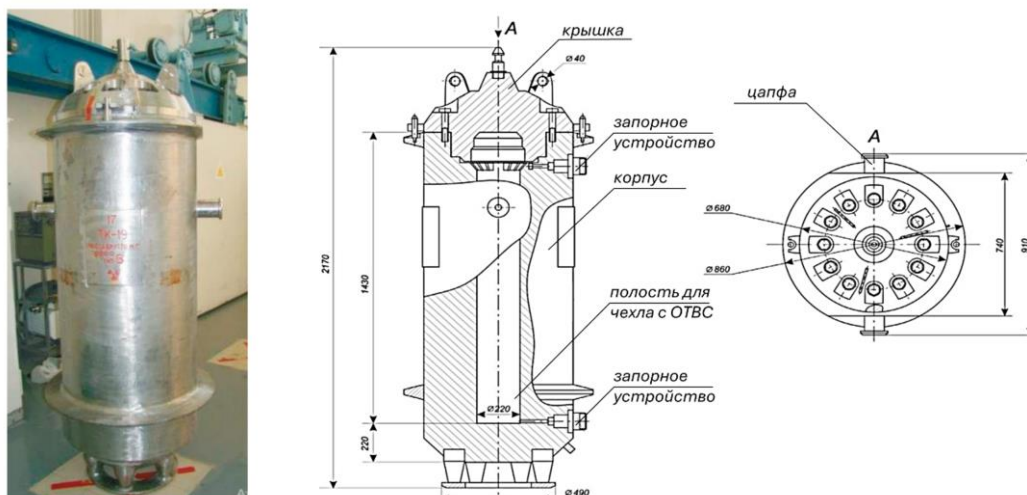


Рисунок 3. Конструктивная схема и общий вид ТУК-19



Рисунок 4. Универсальный чехол для ТУК-19

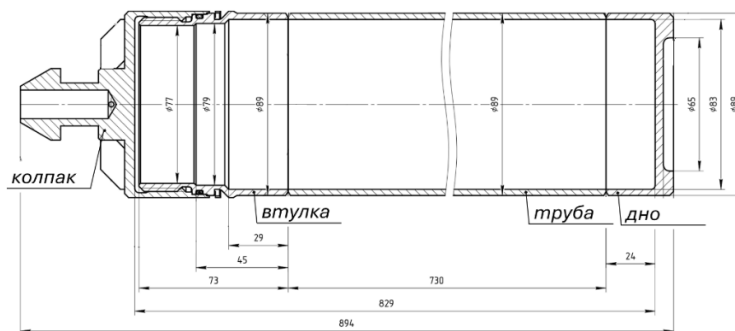


Рисунок 5. Пенал для хранения ОЯТ ИВГ.1М

ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ОТВС С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Ядерная безопасность при хранении и транспортировке отработавшего ядерного топлива — это комплекс организационных и технических мер, обеспечивающих исключение неконтролируемой ядерной реакции и поддержание безопасного состояния топлива на всех этапах обращения с ним, включая хранение, подготовку и транспортировку. Поскольку транспортировка ОТВС нередко осуществляется на значительные расстояния, она представляет собой важный и ответственный этап функционирования

ядерных объектов и требует строгого соблюдения установленных стандартов безопасности на всех стадиях процесса.

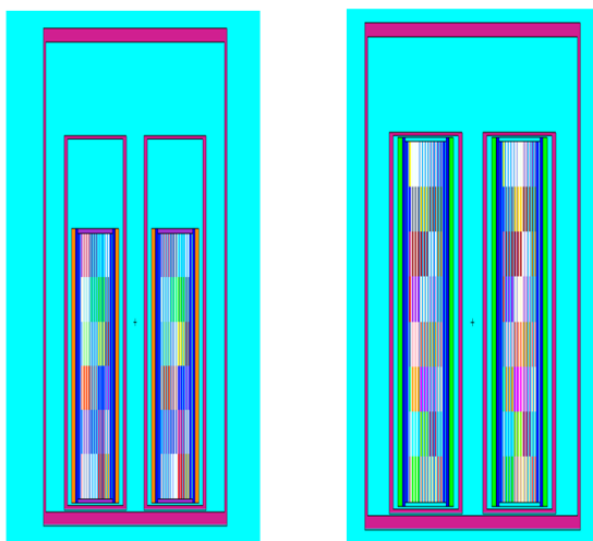
Для проведения расчетов, обосновывающих ядерную безопасность, в качестве возможных аварийных ситуаций рассматриваются: пожар, сейсмические и другие природные явления, затопление или попадание воды, сближение ТВС в универсальном чехле в случае гипотетической техногенной катастрофы (например, падение самолета).

Пожар и сейсмические явления, а также случай гипотетической техногенной катастрофы (например, падение самолета) при перевозке ОЯТ реактора

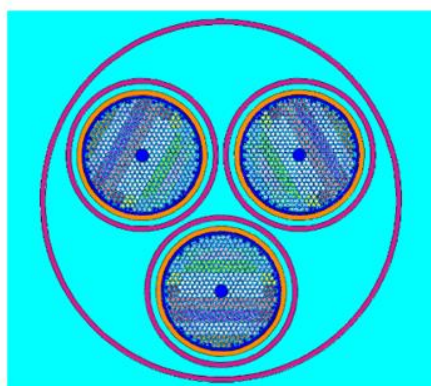
ИВГ.1М в ТУК-19 рассматривать нецелесообразно, так как рассматриваемые явления не могут привести к повышению эффективного коэффициента размножения нейтронов ($k_{\text{эфф}}$). Обычно к повышению $k_{\text{эфф}}$ приводит более компактная конфигурация топлива и наличие замедлителя. Так как пены в чехле зафиксированы и расположены максимально близко друг к другу, сближение трех ТВС также можно не рассматривать. В этой связи предметом рассмотрения являлась аварийная ситуация с полным затоплением водой чехла, пеналов и ОТВС.

Нейтронно-физическая модель

В программном коде MCNP5 [6] были разработаны две расчетные модели ОТВС ИВГ.1М, расположенные в универсальном чехле для ТУК-19. Модели ОТВС (рисунок 6) отличались друг от друга высотой (600 мм и 800 мм) и массой (533 г и 637 г по урану-235 соответственно). Пластины между пеналами с ОТВС не моделировались.



а) вертикальное сечение расчетной модели с ОТВС 600 мм (слева) и 800 мм (справа)



б) горизонтальное сечение модели с ОТВС

Рисунок 6. Нейтронно-физическая модель универсального чехла с ОТВС реактора ИВГ.1М

При моделировании ситуации с полным затоплением ОТВС, окружающей средой вокруг универсального чехла рассматривался слой воды толщиной 100 мм. Плотность воды при проведении расчетов принималась равной 1000 кг/м³.

Расчеты эффективного коэффициента размножения во всех вариантах выполнены с погрешностью, не превышающей 0,0001.

При моделировании в качестве исходных данных был принят состав свежего (необлученного) топлива, что соответствует наихудшему с точки зрения реактивности сценарию и обеспечивает достаточный запас при обосновании требований к критической безопасности упаковки.

Результаты нейтронно-физических расчетов ОТВС

Нейтронно-физические расчеты выполнялись с использованием программы MCNP5 [6] с библиотекой ядерных сечений ENDF/B-VII.0 [7].

Результаты расчетов по определению эффективного коэффициента размножения при нормальных условиях хранения и транспортировке ОТВС реактора ИВГ.1М в универсальном чехле для ТУК-19 и при возникновении аварийной ситуации приведены в таблице 1.

Таблица 1. Результаты нейтронно-физических расчетов

№	Параметры модели	Масса урана-235, г	Объемная концентрация урана-235, атом/см ³	$k_{\text{эфф}}$	
				нормальные условия	заполнение водой
1	ОТВС высотой 600 мм	533	$1,6165 \times 10^{22}$	0,0096	0,3433
2	ОТВС высотой 800 мм	637	$1,4467 \times 10^{22}$	0,0088	0,3372

Таким образом, при нормальных условиях хранения и при возникновении рассмотренной аварийной ситуации выполняется требование [5], при котором эффективный коэффициент размножения $k_{\text{эфф}}$ отдельной упаковки не должен превышать 0,95 в обычных, нормальных и аварийных условиях перевозки. На основании вышеизложенного можно сделать вывод, что даже при возникновении аварийной ситуации, вызванной полным затоплением универсального чехла с ОТВС водой, хранение и транспортировка ОЯТ реактора ИВГ.1М являются безопасными с точки зрения ядерной безопасности.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ОТВС ПРИ ИХ ХРАНЕНИИ И ТРАНСПОРТИРОВКЕ

Определение теплофизических параметров ОТВС при их хранении и транспортировке является ключевым элементом обоснования соответствия транспортной упаковки установленным требованиям. Согласно действующим нормативным документам [5], необходимо учитывать остаточное тепловыделение,

которое может приводить к повышению температуры элементов упаковки.

Корректная оценка теплофизических характеристик топлива позволяет обеспечить предотвращение перегрева ОТВС и конструктивных элементов упаковки, сохранение ее целостности и герметичности, а также соблюдение допустимого уровня теплового потока на внешней поверхности ТУК. Тем самым обеспечивается надежность конструкции при обращении с ОТВС и выполнение требований к условиям хранения и транспортировки, включая защиту персонала и окружающей среды.

Теплогидравлическая модель и граничные условия

Основными задачами теплогидравлических расчетов являлись:

- определение теплового состояния ОТВС, выгруженной из активной зоны реактора ИВГ.1М, обусловленное остаточным энерговыделением;
- определение теплового состояния универсального чехла с пенами, заполненными ОТВС;
- оценка теплового состояния внешней поверхности ТУК-19 полностью загруженного ОТВС.

Определение теплового состояния отработанных ТВС исследовательского реактора ИВГ.1М проводилось с использованием трехмерной компьютерной модели, позволяющей произвести расчет необходимых параметров с учетом распределения поля скоростей окружающего воздуха, возникающего за счет естественной конвекции, а также заданным распределениям мощности в ОТВС.

Расчетная модель (рисунок 7) включала в себя универсальный чехол, пены с ОТВС реактора ИВГ.1М, окружающую среду и бетонную подставку. Моделирование осуществлялось с соблюдением основных размерно-материальных характеристик конструкции. Твэлы ОТВС реактора ИВГ.1М смоделированы цилиндрическими стержнями с сохранением общей площади теплоотдачи с оболочек твэлов реактора ИВГ.1М. Исходя из симметричности моделируемого объекта была построена 1/6 часть универсального чехла. Теплофизические свойства материалов заимствованы из литературных источников [8–10]. Теплогидравлические расчеты проведены с помощью программного кода ANSYS Fluent [11].

Исходные данные для проведения теплогидравлических расчетов представлены в таблице 2.

Таблица 2. Исходные данные для теплогидравлических расчетов

Параметр	Значение
Окружающая среда	воздух
Температура окружающей среды, К	300
Давление окружающей среды, атм	1
Высота ОТВС, мм	800
Энерговыделение в ОТВС, Вт	рисунок 8 и 9

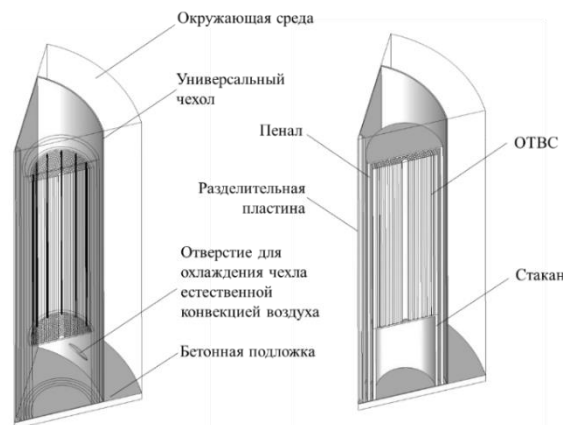


Рисунок 7. Расчетная теплогидравлическая модель универсального чехла, содержащего пены с ОТВС реактора ИВГ.1М

В ходе моделирования учитывалось перераспределение скоростей воздуха, заполняющего внутренний объем универсального чехла, возникающее вследствие естественной конвекции, обусловленной нагревом конструкционных материалов и действием гравитационных сил. Для описания пространственных гидродинамических эффектов переноса теплоты и массы применялась модель турбулентности *Realizable k-ε*. Граничные условия типа *Pressure Outlet*, обеспечивающие свободный выход воздуха из чехла, были заданы на верхней поверхности расчетной области; боковые поверхности описывались условиями симметрии. На нижней границе универсального чехла, а также на его внешней боковой стенке устанавливались условия конвективного теплообмена с окружающей средой при температуре 300 К и коэффициенте теплоотдачи 5 Вт/(м²·К).

Для оценки остаточного энерговыделения применялась формула Вигнера, позволяющая вычислять энерговыделение на достаточно продолжительный промежуток времени после останова реактора, при этом не пренебрегая особенностями изотопного состава ядерного топлива и иными параметрами, оказывающими влияние на энерговыделение:

$$\frac{W_{\beta,\gamma}}{W_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}],$$

где $W_{\beta,\gamma}$ – остаточное энерговыделение реактора через время τ_c после его останова; W_0 – мощность реактора до останова, на которой он работал в течение времени T .

При определении остаточного энерговыделения в топливе реактора ИВГ.1М принималось, что до останова реактор работал на максимальной мощности, равной 10 МВт, в течение 3,6 часа. Значение остаточной мощности представлено на всю высоту ТВС.

Характер изменения остаточного энерговыделения в ОТВС реактора ИВГ.1М, зависящего от времени их выдержки после облучения, начиная с момента останова реактора, приведен на рисунке 8.

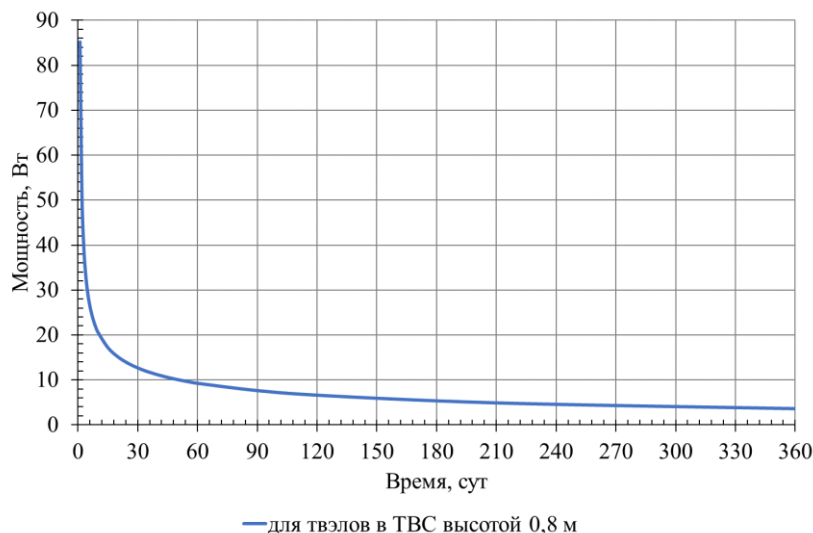


Рисунок 8. Изменение остаточного энерговыделения в ОТВС реактора ИВГ.1М после облучения

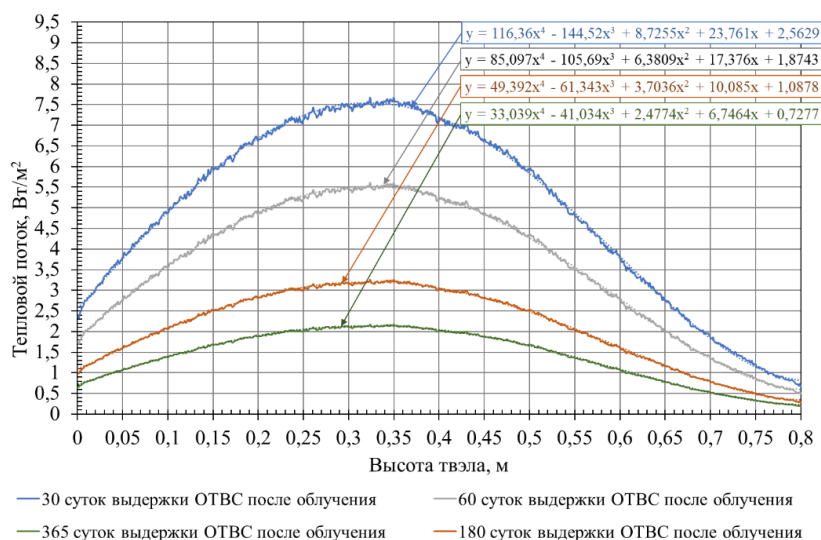


Рисунок 9. Распределение теплового потока с поверхности ОТВС по высоте в разное время после останова реактора

Используя высотное распределение энерговыделения в ТВС, полученное в программном коде MCNP, и значение остаточного энерговыделения в определенные моменты времени (рисунок 8), получено распределение теплового потока с поверхности ОТВС по высоте в разное время после останова реактора, представленное на рисунке 9. Также на рисунке 9 приведены функции для описания зависимости теплового потока в ОТВС.

Результаты расчета теплового состояния ОТВС, выгруженных из активной зоны ИВГ.1М

В результате проведения данного этапа теплофизических расчетов было определено тепловое состояние ОТВС, выгруженных из активной зоны реактора ИВГ.1М и помещенных в промежуточное хранилище через 30 суток с момента останова реактора. Также определено тепловое состояние ОТВС при хранении

их в течение 60 и 180 суток. Моделировалось свободное нахождение ОТВС в окружающей среде (воздухе) с постоянной температурой равной 300 К. Это соответствует условию сухого хранения в хорошо вентилируемом помещении

На рисунке 10 представлено температурное поле в ОТВС на 30, 60 и 180 сутки после останова реактора.

Максимальная температура в ОТВС, выгруженных из активной зоны реактора ИВГ.1М и помещенных в промежуточное хранилище на 30 суток с момента останова реактора, составляет 447 К.

Результаты расчета теплового состояния универсального чехла и пеналов с ОТВС при хранении в промежуточном хранилище

После разделки ВОТК и загрузки ОТВС в герметичные пеналы и в универсальный чехол сборки

возвращается на временное хранение в промежуточное хранилище.

Таким образом, в результате второго этапа теплофизических расчетов было определено тепловое состояние универсального чехла и пеналов с ОТВС при

остаточном энерговыделении, соответствующем 30, 60 и 180 суткам с момента останова реактора (рисунки 11–13).

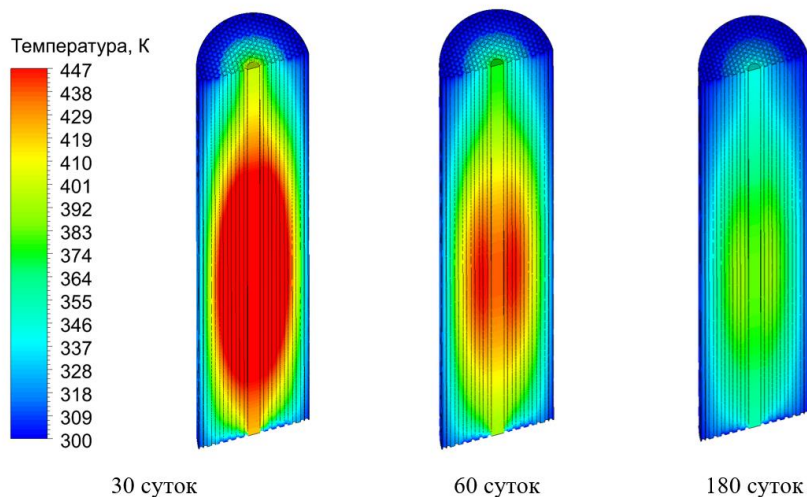


Рисунок 10. Поле температур в ОТВС реактора ИВГ.1М (30, 60 и 180 сутки после останова реактора)

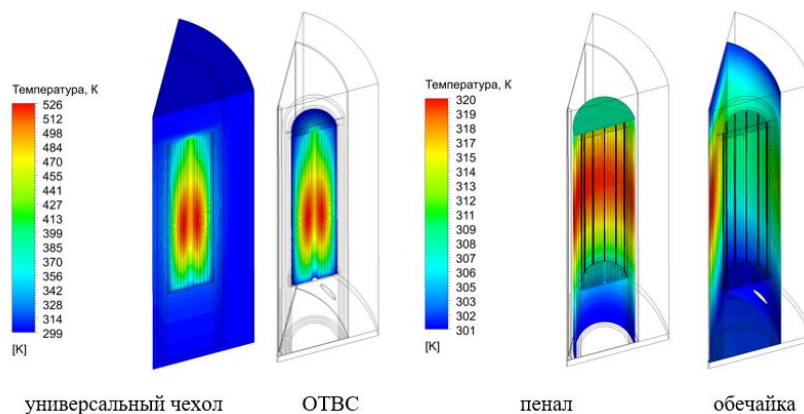


Рисунок 11. Поле температур в конструкционных материалах универсального чехла, содержащего ОТВС реактора ИВГ.1М, на 30 сутки после останова реактора

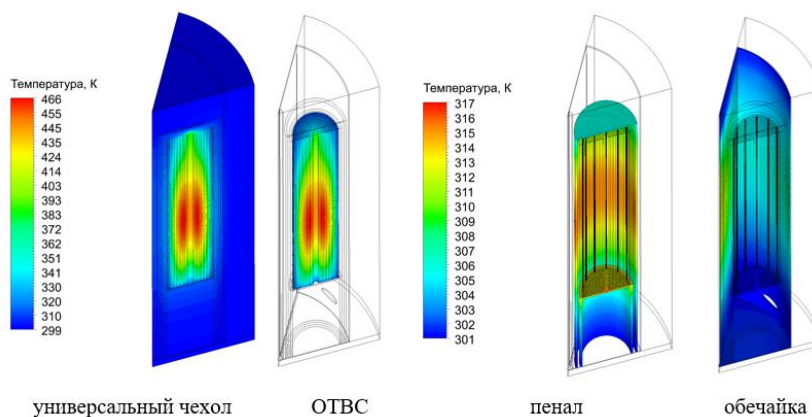


Рисунок 12. Поле температур в конструкционных материалах универсального чехла, содержащего ОТВС реактора ИВГ.1М, на 60 сутки после останова реактора

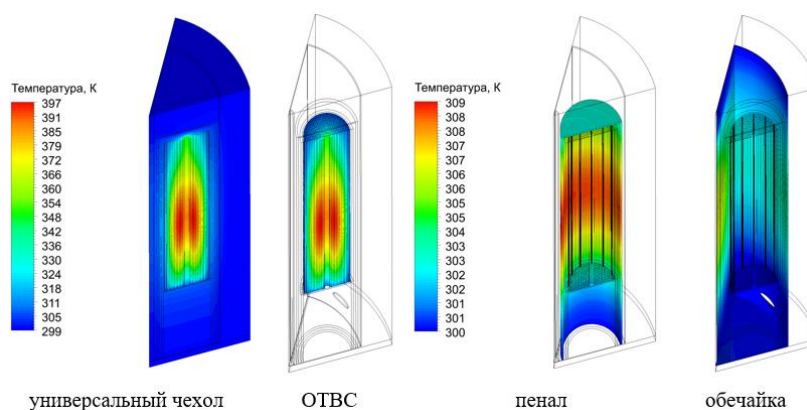


Рисунок 13. Поле температур в конструкционных материалах универсального чехла, содержащего ОТВС реактора ИВГ.1М, на 180 сутки после останова реактора

Максимальная температура в ОТВС, помещенной в универсальный чехол, при хранении в промежуточном хранилище на 30 сутки с момента останова реактора составляет 526 К, на 60 сутки – 466 К, на 180 сутки – 397 К. При этом максимальная температура конструктивных элементов универсального чехла на 30 сутки составляет 320 К, на 60 сутки – 317 К, на 180 сутки – 309 К.

Оценка теплового состояния внешней поверхности ТУК-19

Оценка теплового состояния внешней поверхности ТУК-19 важна для обеспечения безопасности хранения и транспортировки отработавшего ядерного топлива. В данном контексте важно учитывать теплоотведение, температуру внешней поверхности ТУК и соответствие установленным нормам. Согласно Правилам транспортировки радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, утвержденных приказом Министра энергетики Республики Казахстан № 75 от 22 февраля 2016 года, одним из предъявляемых требований к перевозке является то, что средний тепловой поток у поверхности упаковки или транспортного пакета не должен превышать 15 Вт/м² [5].

Поэтому, помимо определения температуры топлива и внутренних конструктивных элементов универсального чехла и пеналов с ОТВС в различные промежутки времени, была выполнена оценка теплового состояния внешней поверхности ТУК-19, загруженного тремя ОТВС. Оценка среднего теплового потока на поверхности упаковки определялась из суммарного остаточного энерговыделения ОТВС, помещенных в транспортный комплект, и его габаритных размеров.

В таблице 3 представлены расчетные значения теплового потока с внешней поверхности ТУК-19, полностью загруженного ОТВС реактора ИВГ.1М.

Исходя из результатов расчета определено, что хранение и транспортировка ОТВС реактора ИВГ.1М в ТУК-19 возможна после снижения их активности в течение 180 суток после останова реактора.

Таблица 3. Расчетные значения теплового потока с поверхности ТУК-19

Параметр	Значение						
Время после останова реактора, суток	30	60	90	120	180	240	365
Остаточное энерговыделение в одной ОТВС, Вт	12,7	9,3	7,7	6,7	5,4	4,6	3,6
Тепловой поток с поверхности ТУК-19, Вт/м ²	33,2	24,3	20,1	17,4	14,1	12,1	9,4

Однако, нужно понимать, что данная оценка является консервативной и основана на предположении о работе реактора на номинальной мощности непосредственно перед выгрузкой ВОТК. Реальное время выдержки ОТВС может быть меньше, если непосредственно перед выгрузкой пуски на реакторе ИВГ.1М не проводились.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТРАНСПОРТИРОВКЕ ОТВС В ТУК-19

Для оценки радиационной безопасности при транспортировке радиоактивных материалов важно учитывать мощность эффективной дозы. Этот параметр отражает потенциальное облучение персонала и населения при нахождении вблизи транспортного упаковочного комплекта и является одним из ключевых критериев соответствия нормам радиационной безопасности.

Радиационная безопасность при хранении [12] и транспортировке отработавшего топлива как исследовательских [3, 13], так и энергетических реакторов [14, 15] на начальных этапах, как правило, оценивается с учетом дозовой нагрузки от фотонного излучения. Это обусловлено тем, что при относительно коротких сроках выдержки основными источниками излучения являются гамма-кванты от короткоживущих продуктов деления, тогда как вклад нейтронного излучения в этот период остается незначительным. Однако в случае топлива с высоким выгоранием, характерного для энергетических реакторов, а также при длительном хранении, нейтронная компонента может становиться доминирующей. В таких услови-

ях методика радиационного анализа должна включать и расчет нейтронной составляющей.

В настоящем исследовании рассматривается сценарий транспортировки ОЯТ исследовательского реактора с коротким сроком выдержки, для которого расчеты радиационной обстановки целесообразно ограничить фотонной составляющей. Такой подход соответствует реальной практике и позволяет адекватно оценить дозовые нагрузки на персонал и окружающую среду на ранних этапах обращения с топливом.

Расчет радиационной безопасности при транспортировке ОТВС реактора ИВГ.1М в ТУК-19 проводился в программном коде MCNP [6] для оценки соответствия установленным требованиям радиационной безопасности при транспортировке ОЯТ [5].

На рисунке 14 представлены расчетные распределения мощности эффективной дозы внутри транспортного упаковочного комплекта в горизонтальном и вертикальном сечениях, полученные через 180 суток после останова реактора. Эти данные позволяют наглядно оценить характер формирования дозового поля внутри упаковки и служат основой для анализа радиационной безопасности при ее транспортировке.

По результатам расчетов, мощность эффективной дозы составляет:

- в центре ОТВС ≥ 6800 мЗв/ч;
- на поверхности пенала для хранения ОЯТ ИВГ.1М ≥ 3100 мЗв/ч;
- на поверхности универсального чехла для ТУК-19 ~ 1580 мЗв/ч.

В результате ранее проведенных расчетов и опубликованных в [1] известен список радионуклидов, образовавшихся при работе ТВС в реакторе ИВГ.1М: ^3H , ^{85}Kr , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{90}Y , ^{91}Y , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{106}Ru , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{137}Cs , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{143}Pr , ^{147}Nd , ^{147}Pm .

Таким образом, зная мощность эффективной дозы на поверхности универсального чехла, толщину корпуса ТУК-19 (рисунок 1), состоящего из углеродистой или низколегированной стали повышенной прочности 08X18H10T, можно вычислить интенсивность дозы на поверхности ТУК для каждого радионуклида:

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu x}$$

где I_0 – начальная интенсивность излучения, мЗв/ч; μ – линейный коэффициент ослабления, см^{-1} ; x – толщина материала, см.

В таблице 4 представлены результаты проведенного расчета.

На основании проведенных расчетов установлено, что на 180-е сутки после останова реактора мощность эффективной дозы на поверхности транспортного упаковочного комплекта соответствует требованиям категории II (желтая) в соответствии с нормативами, установленными Правилами транспортировки ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, и составляет не более 0,5 мЗв/час [5]. Основной вклад в дозовую нагрузку на данном этапе вносят радионуклиды ^{90}Y и ^{140}La .

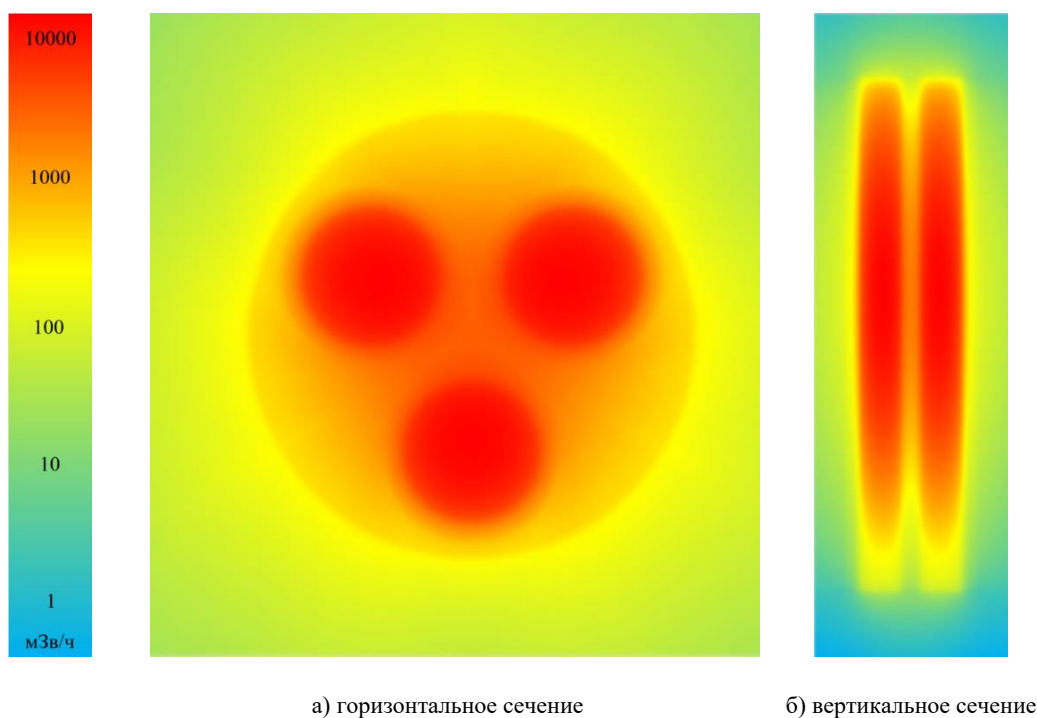


Рисунок 14. Дозовое поле внутри ТУК-19 (универсальный чехол с тремя пеналами, заполненными ОТВС ИВГ.1М)

Таблица 4. Расчет интенсивности излучения на поверхности ТУК-19 [16].

Изотоп	Тип распада	Энергия γ -излучения, МэВ	Период полураспада, сутки	μ , см ⁻¹	Доза на поверхности ТУК-19 на 180 сутки, мЗв/ч
³ H	β^-	0,000	4500	—	нет
⁸⁵ Kr	$\beta^- + \gamma$	0,514	3945	0,632	0,00077
⁸⁹ Sr	$\beta^- + \gamma$	0,909	50,50	0,474	0,02911
⁹⁰ Sr	β^-	0,000	10500	—	нет
⁹⁰ Y	$\beta^- + \gamma$	1,700	2,67	0,356	0,44427
⁹¹ Y	$\beta^- + \gamma$	1,200	58,50	0,474	0,02911
⁹⁵ Zr	$\beta^- + \gamma$	0,756	64,00	0,553	0,00473
⁹⁵ Nb	$\beta^- + \gamma$	0,765	35,00	0,553	0,00473
¹⁰³ Ru	$\beta^- + \gamma$	0,497	39,30	0,632	0,00077
¹⁰⁶ Ru	β^-	0,000	373,60	—	нет
¹³¹ I	$\beta^- + \gamma$	0,364	8,02	1,106	очень мало
¹³³ Xe	$\beta^- + \gamma$	0,081	5,25	9,480	очень мало
¹³⁷ Cs	$\beta^- + \gamma$	0,662	11000	0,553	0,00473
¹⁴⁰ Ba	$\beta^- + \gamma$	0,537	12,80	0,632	0,00077
¹⁴⁰ La	$\beta^- + \gamma$	1,596	1,68	0,411	0,12453
¹⁴¹ Ce	$\beta^- + \gamma$	0,145	32,50	4,740	очень мало
¹⁴⁴ Ce	$\beta^- + \gamma$	0,134	284	4,740	очень мало
¹⁴³ Pr	$\beta^- + \gamma$	0,742	13,60	0,553	0,00473
¹⁴⁷ Nd	$\beta^- + \gamma$	0,531	3825000	0,632	0,00077
¹⁴⁷ Pm	$\beta^- + \gamma$	0,121	2,62	4,740	очень мало

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательского реактора ИВГ.1М требует особого внимания в части безопасного хранения и транспортировки ядерных материалов. С точки зрения ядерной безопасности хранение ОТВС ИВГ.1М в универсальном чехле для ТУК-19 в условиях нормальной эксплуатации и при возникновении аварийной ситуации, вызванной полным затоплением чехла водой, является безопасным. При этом эффективный коэффициент размножения отдельной упаковки не должен превышать 0,95 в обычных, нормальных и аварийных условиях перевозки.

Транспортно-технологические операции с ОТВС реактора ИВГ.1М должны состоять из комплекса технологических мероприятий, согласно проведенным расчетным прогнозам по тепловому состоянию ОТВС и данным о спаде остаточной мощности и активности тепловыделяющих сборок в условиях длительного хранения.

Поскольку спад остаточной мощности и активности тепловыделяющих сборок в условиях длительного хранения имеет экспоненциальную зависимость, то в первые сутки остаточное энерговыделение в ОТВС высотой 0,8 м составляет 85,3 Вт, на 30 сутки – 12,7 Вт, а на 180 сутки – 5,4 Вт. Следовательно, после останова реактора ИВГ.1М необходима выдержка ОТВС в активной зоне реактора не менее 30 суток с целью снижения активности топливных стержней после их облучения. Если технически невозможна выдержка ОТВС в активной зоне реактора в течение месяца, допускается выгрузка

ОТВС из активной зоны реактора ИВГ.1М и размещение их в промежуточном хранилище. При этом на 30 сутки с момента останова реактора максимальная температура ОТВС, выгруженных из реактора, составит 447 К.

Расчетные исследования показали, что загрузка ОТВС в универсальный чехол для ТУК-19 может производиться по истечению 30 суток с момента останова реактора, так как максимальная температура конструктивных элементов универсального чехла с ОТВС на 30 сутки, составляет 320 К, на 60 сутки – 317 К, на 180 сутки – 309 К.

Проведенная оценка радиационной безопасности при транспортировке отработавших тепловыделяющих сборок в ТУК-19 показала, что к 180-м суткам после останова реактора мощность эффективной дозы на его поверхности снижается до допустимого уровня. Основной вклад в формирование дозовой нагрузки на данном этапе вносят короткоживущие радионуклиды, в том числе ⁹⁰Y и ¹⁴⁰La.

Таким образом, согласно «Правилам транспортировки радиоактивных веществ и радиоактивных отходов», хранение и перевозка ОТВС реактора ИВГ.1М в ТУК-19 допускаются не ранее чем через 180 суток после останова реактора, что обусловлено необходимостью снижения их радиационных и тепловых характеристик. К этому моменту мощность эффективной дозы на поверхности ТУК снижается до уровня, соответствующего категории II (желтая), а тепловой поток с его поверхности находится в пределах, установленных нормативными требованиями. Таким образом, начиная с 180-х суток после остано-

ва, транспортировка ТУК-19 может осуществляться при условии строгого соблюдения всех требований, предусмотренных действующими правилами, включая контроль дозовой нагрузки, теплового излучения, экранирования и маркировки.

Полученный при обращении с ОЯТ исследовательского реактора опыт будет востребован при работе с ОЯТ энергетических реакторов будущих казахстанских АЭС [17], при этом с учетом более длительного времени выдержки и высокого уровня облучения методика оценки радиационной обстановки может быть доработана и расширена за счет учета нейтронной составляющей.

Благодарности

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан по теме BR24993118 «НИР по обоснованию выбора и реализации технологии переработки твердых радиоактивных отходов».

ЛИТЕРАТУРА

1. Ruslan A. Irkimbekov, Artur S. Surayev, Galina A. Vityuk, Olzhas M. Zhanbolatov, Zamanbek B. Kozhabayev, Sergey V. Bedenko, Nima Ghal-Eh, Alexander D. Vurim. Study on an open fuel cycle of IVG.1M research reactor operating with LEU-fuel // Nuclear Engineering and Technology. – 2023. – Vol. 55, Iss. 4. – P. 1439-1447. <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.12.012>
2. Irkimbekov R., Vurim A., Vityuk G., Zhanbolatov O., Kozhabayev Z., Surayev A. Modeling of Dynamic Operation Modes of IVG.1M Reactor // Energies. – 2023. – Vol. 16, Iss. 2. – Art. no. 932. <https://doi.org/10.3390/en16020932>
3. Irkimbekov R.A., Vurim A.D., Bedenko S.V., Surayev A.S., Vityuk G.A. Neutron background of composite low-enriched uranium fuel of the IVG.1M research reactor // Nuclear Energy and Technology. – 2022. – Vol. 8, Iss. 3. – P. 167–172. <https://doi.org/10.3897/nucet.8.93895>
4. Sabitova R., Popov Y., Irkimbekov R., Prozorova I., Derbyshev I., Nurzhanov E., Surayev A., Gnyrya V., Azimkhanov A. Results of Experiments under the Physical Start-Up Program of the IVG.1M Reactor // Energies. – 2023. – Vol. 16, Iss. 17. – Art. no. 6263. <https://doi.org/10.3390/en16176263>
5. Министерство энергетики Республики Казахстан. Об утверждении Правил транспортировки ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов: приказ от 28 мая 2021 г. № 183. Зарегистрирован в Министерстве юстиции Республики Казахстан 2 июня 2021 г. № 22905.
6. Goorley T., James M., Booth T., Brown F., Bull J., Cox L.J., Durkee J., Elson J., Fensin M., Forster R.A., Hendricks J., Hughes H.G., Johns R., Kiedrowski B., Martz R., Mashnik S., McKinney G., Pelowitz D., Prael R., Sweezy J., Waters L., Wilcox T., Zukaitis T. Initial MCNP6 release overview // Nuclear Technology. – 2012. – Vol. 180, Iss. 3. – P. 298–315. <https://doi.org/10.13182/NT11-135>
7. Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Young, P. G. ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology // Nuclear Data Sheets. – 2006. – Vol. 107, Iss. 12. – P. 2931–3060.
8. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data // IAEA. – Vienna, 2008.
9. Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин. – М.: Атомиздат. – 1968. – С. 121–128, 291–294, 237–239.
10. Варгафтик, Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей / Н.Б. Варгафтик. М.: Наука, 1972. – с. 525–526, 535, 544–545, 558–561.
11. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.
12. Plevaka, M.N., Bedenko, S.V., Gubaidulin, I.M. et al. Neutron-physical studies of dry storage systems of promising fuel compositions // Bull. Lebedev Phys. Inst. – 2015. – Vol. 42. – P. 240–243. <https://doi.org/10.3103/S1068335615080059>
13. Ruslan A. Irkimbekov, Alexander D. Vurim, Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Artur S. Surayev, Galina A. Vityuk, Hector R. Vega-Carrillo. Estimating the neutron component of radiation properties of the IVG.1M research reactor irradiated low-enriched fuel // Applied Radiation and Isotopes. – 2022. – Vol. 181. – 110094. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.110094>
14. Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Sergey D. Polozkov, Dmitry G. Veretennikov, Alexey S. Demin, Nima Ghal-Eh, Faezeh Rahmani. Radiation spectroscopy of irradiated VVER-1200 fuel with burnable Am-absorber: A computational approach // Applied Radiation and Isotopes. – 2025. – Vol. 218. – 111674. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2025.111674>
15. Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Sergey D. Polozkov, Ahmed H. Ali, Alexey A. Orlov, Hector Rene Vega-Carrillo. Computational neutron emission spectrometry and radiation assessment in VVER-1200 reactor nuclear fuel // Radiation Physics and Chemistry. – 2025. – Vol. 229. – 112555. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2025.112555>
16. International Atomic Energy Agency – Nuclear Data Section. <https://www-nds.iaea.org/>
17. Batyrbekov E., Vityuk V., Zarva D., Sharipov M. Conceptual View of the Implementation of the Nuclear Energy Program in the Republic of Kazakhstan // Energies. – 2024. – Vol. 17, Iss. 22. – Art. no. 5788. <https://doi.org/10.3390/en17225788>

REFERENCES

1. Ruslan A. Irkimbekov, Artur S. Surayev, Galina A. Vityuk, Olzhas M. Zhanbolatov, Zamanbek B. Kozhabayev, Sergey V. Bedenko, Nima Ghal-Eh, Alexander D. Vurim. Study on an open fuel cycle of IVG.1M research reactor operating with LEU-fuel // Nuclear Engineering and Technology. – 2023. – Vol. 55, Iss. 4. – P. 1439-1447. <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.12.012>
2. Irkimbekov R., Vurim A., Vityuk G., Zhanbolatov O., Kozhabayev Z., Surayev A. Modeling of Dynamic Operation Modes of IVG.1M Reactor // Energies. – 2023. – Vol. 16, Iss. 2. – Art. no. 932. <https://doi.org/10.3390/en16020932>
3. Irkimbekov R.A., Vurim A.D., Bedenko S.V., Surayev A.S., Vityuk G.A. Neutron background of composite low-enriched uranium fuel of the IVG.1M research reactor // Nuclear Energy and Technology. – 2022. – Vol. 8, Iss. 3. – P. 167–172. <https://doi.org/10.3897/nucet.8.93895>

4. Sabitova R., Popov Y., Irkimbekov R., Prozorova I., Derbyshev I., Nurzhanov E., Surayev A., Gnyrya V., Azimkhanov A. Results of Experiments under the Physical Start-Up Program of the IVG.1M Reactor // *Energies*. – 2023. – Vol. 16, Iss. 17. – Art. no. 6263. <https://doi.org/10.3390/en16176263>
5. Ministerstvo energetiki Respubliki Kazakhstan. Ob utverzhdenii Pravil transportirovki yadernykh materialov, radioaktivnykh veshchestv i radioaktivnykh otkhodov: prikaz ot 28 maya 2021 g. No. 183. Zaregistrirovano v Ministerstve yustitsii Respubliki Kazakhstan 2 iyunya 2021 g. No. 22905.
6. Goorley T., James M., Booth T., Brown F., Bull J., Cox L.J., Durkee J., Elson J., Fensin M., Forster R.A., Hendricks J., Hughes H.G., Johns R., Kiedrowski B., Martz R., Mashnik S., McKinney G., Pelowitz D., Prael R., Sweezy J., Waters L., Wilcox T., Zukaitis T. Initial MCNP6 release overview // *Nuclear Technology*. – 2012. – Vol. 180, Iss. 3. – P. 298–315. <https://doi.org/10.13182/NT11-135>
7. Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Young, P. G. ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology // *Nuclear Data Sheets*. – 2006. – Vol. 107, Iss. 12. – P. 2931–3060.
8. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data // IAEA. – Vienna, 2008.
9. Chirkin, V.S. Teplofizicheskie svoystva materialov yadernoy tekhniki / V.S. Chirkin. – Moscow: Atomizdat. – 1968. – P. 121–128, 291–294, 237–239.
10. Vargaftik, N.B. Spravochnik po teplofizicheskim svoystvam gazov i zhidkostey / N.B. Vargaftik. – Moscow: Nauka. – 1972. – P. 525–526, 535, 544–545, 558–561.
11. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.
12. Plevaka, M.N., Bedenko, S.V., Gubaidulin, I.M. et al. Neutron-physical studies of dry storage systems of promising fuel compositions // *Bull. Lebedev Phys. Inst.* – 2015. – Vol. 42. – P. 240–243. <https://doi.org/10.3103/S1068335615080059>
13. Ruslan A. Irkimbekov, Alexander D. Vurim, Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Artur S. Surayev, Galina A. Vityuk, Hector R. Vega-Carrillo. Estimating the neutron component of radiation properties of the IVG.1M research reactor irradiated low-enriched fuel // *Applied Radiation and Isotopes*. – 2022. – Vol. 181. – 110094. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.110094>
14. Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Sergey D. Polozkov, Dmitry G. Veretennikov, Alexey S. Demin, Nima Ghal-Eh, Faezeh Rahmani. Radiation spectroscopy of irradiated VVER-1200 fuel with burnable Am-absorber: A computational approach // *Applied Radiation and Isotopes*. – 2025. – Vol. 218. – 111674. <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2025.111674>
15. Sergey V. Bedenko, Gennady N. Vlaskin, Sergey D. Polozkov, Ahmed H. Ali, Alexey A. Orlov, Hector Rene Vega-Carrillo. Computational neutron emission spectrometry and radiation assessment in VVER-1200 reactor nuclear fuel // *Radiation Physics and Chemistry*. – 2025. – Vol. 229. – 112555. <https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2025.112555>
16. International Atomic Energy Agency – Nuclear Data Section. <https://www-nds.iaea.org/>
17. Batyrbekov E., Vityuk V., Zarva D., Sharipov M. Conceptual View of the Implementation of the Nuclear Energy Program in the Republic of Kazakhstan // *Energies*. – 2024. – Vol. 17, Iss. 22. – Art. no. 5788. <https://doi.org/10.3390/en17225788>

ИВГ.1М РЕАКТОРЫНЫҢ ПАЙДАЛАНЫЛҒАН ЯДРОЛЫҚ ОТЫНЫН ТАСЫМАЛДАУ ҚАУІПСІЗДІГІНІҢ НЕГІЗДЕМЕСІ

**Г. А. Витюк, Н. Е. Мухамедов, В. А. Витюк, Р. А. Иркимбеков,
О. М. Жанболатов, А. А. Куздеубай*, А. К. Мухамедиев**

ҚР ҰАО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

*** Байланыс үшін E-mail: kuzdeubay@nnc.kz**

Зерттеу реакторларын конверсиялау жобасын іске асыру шеңберінде Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы ИВГ.1М реакторынан түсірілетін пайдаланылған ядролық отынмен (ПЯО) одан әрі жұмыс істеу мәселесін пысықтауда. Жауапты кезеңдердің бірі Қазақстан Республикасы Энергетика министрінің бұйрығымен бекітілген «Радиоактивті заттар мен радиоактивті қалдықтарды тасымалдау қағидаларына» сәйкес келетін пайдаланылған жылу бөлетін жинақтарды (ПЖБЖ) сақтау немесе қайта өңдеу орнына тасымалдау болып табылады.

Бұл жұмыста ПЯО-ны сақтау немесе қайта өңдеу пунктіне дейін қауіпсіз тасымалдауды қамтамасыз ету үшін ИВГ.1М реакторының активті аймағынан түсірілген ПЖБЖ-нің қауіпсіз параметрлері анықталды. ИВГ.1М КЖҚҚ-ны сақтау кезінде штаттық жағдайларда ТУК-19 арналған әмбебап қаптамада және қаптаманың толық су басудан туындаған авариялық жағдай туындаған кезде ядролық қауіпсіздікті негіздеуге нейтрондық-физикалық есептеулер жүргізілді. Қалдық жылу бөлудің төмендеуі туралы деректерді ескере отырып, ПЖБЖ жылу жай-күйі анықталды. ПЖБЖ бар ТУК-19-дың сыртқы бетінің жылу және радиациялық жағдайын бағалау орындалды. Зерттеу реакторының ПЯО жұмыс істеу кезінде алынған тәжірибе болашақ қазақстандық АЭС-тің энергетикалық реакторларының ПЯО-мен жұмыс істеу бойынша ұсынымдарды әзірлеу кезінде сұранысқа ие болады.

Түйін сөздер: ИВГ.1М реакторы, пайдаланылған ядролық отын, тасымалдау, әмбебап қаптама, ядролық қауіпсіздік, жылу ағыны.

**JUSTIFICATION OF THE SAFE TRANSPORTATION OF SPENT NUCLEAR FUEL
FROM THE IVG.1M REACTOR**

**G. A. Vityuk, N. Ye. Mukhamedov, V. A. Vityuk, R. A. Irkimbekov,
O. M. Zhanbolatov, A. A. Kuzdeubay*, A. K. Muhamediev**

Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

** E-mail for contacts: kuzdeubay@nnc.kz*

Under the research reactor conversion Project, the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan has been working on the issue of the further handling the spent nuclear fuel (SNF) unloaded from the IVG.1M reactor. One of the critical stages is the transportation of the spent fuel assemblies (SFAs) to the storage or processing place, which should comply with the “Rules for the Transportation of Radioactive Substances and Radioactive Waste”, approved by the order of the Minister of Energy of the Republic of Kazakhstan.

In this work, the safe parameters of the SFAs unloaded from the IVG.1M reactor core have been determined to ensure the SNF safe transportation to the storage or processing point. The neutronic calculations have been carried out to substantiate the nuclear safety during the storage of the IVG.1M SFAs in a universal casing for TUK-19 under the normal conditions and in the case of an emergency caused by the casing complete flooding. The thermal state of the SFAs was determined, taking into account the data on the reduction of the residual heat generation. An assessment of the thermal and radiation condition of the TUK-19 external surface with the SFAs has been performed. The experience gained in handling the SNF of a research reactor will be in demand when developing recommendations for handling the SNF of power reactors at future Kazakhstani nuclear power plants.

Keywords: *IVG.1M reactor, spent nuclear fuel, transportation, universal casing, nuclear safety, heat flow.*